

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЗАМКНУТОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР-1200 НА ПЛУТОНИИ ИЗ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Исанов К.А.^{1,2}, Колесов В.В.¹, Коробейников В.В.², Усанов В.И.², Хныкина Е.С.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ,

249039, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

²АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, д. 1



Проведен расчетный анализ возможности замыкания ядерного топливного цикла по плутонию в реакторе ВВЭР-1200. Определены и проанализированы основные факторы, формирующие необходимость вовлечения плутония в топливный цикл и замыкания топливного цикла. Для формирования топливной композиции рассматривались несколько источников плутония, а именно, плутоний из отработавшего топлива реакторов ВВЭР, БН и РБМК и плутоний высокого качества. Информация о запасах энергетического плутония различного происхождения, в том числе низкофонового плутония, была найдена в открытых опубликованных источниках. Определены качество каждого из видов плутония и их ценность в тепловом спектре реактора. Рассмотрены стратегии однократного, двукратного и многократного вовлечения плутония. Определены недостатки и преимущества каждого из рассматриваемых видов плутония. Определены время выхода на стационарный уровень по плутонию, доля плутония подпитки при выходе на стационарный уровень, потенциал использования плутония и т.д. Проведены оценки по времени выжигания каждого из видов плутония и экономии природного урана, а также предложен вариант дожигания плутония на примере замкнутого топливного цикла реактора ВВЭР-1200.

Ключевые слова: замкнутый ядерный топливный цикл, МОКС-топливо, плутоний, отработавшее ядерное топливо, стационарный топливный цикл.

Для цитирования: Исанов К.А., Колесов В.В., Коробейников В.В., Усанов В.И., Хныкина Е.С. Расчетные исследования замкнутого топливного цикла реактора типа ВВЭР-1200 на плутонии из отработавшего ядерного топлива. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2024. – № 2. – С. 185–201. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.15>

ВВЕДЕНИЕ

Актуальной проблемой на сегодняшний день является замыкание ядерного топливного цикла [1]. В качестве одного из возможных вариантов замыкания предлагается переход к двухкомпонентной ядерно-энергетической системе на базе тепловых и быстрых реакторов. Такой подход определен ключевым направлением в принятой Стратегии развития атомной энергетики в России до 2050 г. и перспективах на период до 2100 г. [2, 3]. Однако ввод в эксплуатацию первого энергетического реактора на быстрых нейтронах большой мощности в рамках этой стратегии планируется только к 2035 г. (БН-1200). Таким образом, до момента ввода в эксплуатацию нужно для двухкомпонентного топливного цикла количества реакторов на быстрых нейтронах большой мощности пройдет достаточно много времени. В связи с этим встает вопрос использования уже накопленного к настоящему времени отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), количество которого возрастает с каждым годом. В настоящее время в России и мире накоплены большие запасы энергетического плутония ОЯТ и плутония высокого качества. Так по некоторым оценкам в мире накоплено уже порядка 370-ти тысяч тонн отработавшего ядерного топлива, в котором содержится три тысячи тонн плутония различного качества. В России накоплено порядка 20-ти тысяч тонн ОЯТ, в том числе около 340 тонн плутония [4–6]. Актуальность проблемы, связанной с накоплением ОЯТ, заключается в том, что к 2039 г. будет заполнено хранилище отработавшего ядерного топлива ХОЯТ-2, а к 2049 г. выйдет срок эксплуатации ХОЯТ-1.

Многократный рецикл плутония в тепловых реакторах может стать промежуточным этапом развития ядерной энергетики. В статье рассматривается метод замыкания топливного цикла реактора типа ВВЭР-1200 по плутонию с выходом топлива на стационарный уровень и с подпиткой свежим плутонием из ОЯТ. Стационарный уровень и доля требуемой подпитки определяются качеством начального плутония на первой итерации, а также качеством (типом) плутония, которым происходит подпитка. Рециклирование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах могут обеспечить более эффективное использование ядерного топлива, снижение объемов ОЯТ, предназначенных для захоронения, и уменьшение риска распространения ядерных материалов [6–8].

ОБЗОР ЗАПАСОВ И КАЧЕСТВА ПЛУТОНИЯ ИЗ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Большая часть накопленных запасов плутония в российском ОЯТ представляет собой энергетический плутоний из реакторов РБМК и ВВЭР. Часть накопленного энергетического плутония выделена, часть остается в отработавшем ядерном топливе. По некоторым оценкам, в настоящее время накоплены следующие запасы плутония (табл. 1). Оценочные данные получены на основании работ [4–6] с учетом доли плутония в общей массе ОЯТ [9].

Плутоний ОЯТ разных реакторов, запасы которого приведены в табл. 1, различается по качеству. Для реакторов на тепловых нейтронах важной характеристикой является отношение суммы нечетных (делящихся) изотопов к сумме четных (неделящихся в тепловом спектре) изотопов. Для более полной оценки качества плутония необходимо учитывать вклад отдельных изотопов в $k_{эфф}$, длительность кампании и другие важные характеристики реактора.

Состав плутония из ОЯТ основных российских реакторов при типичной для них глубине выгорания топлива представлен в табл. 2 [10, 11].

Таблица 1

Оценка запасов плутония различного вида

Вид плутония	ОЯТ ВВЭР	ОЯТ РБМК	ОЯТ БН	Доступный Pu высокого качества	Всего
Масса накопленного Pu, т	140	110	15	40	305

Таблица 2

Изотопный состав плутония из ОЯТ основных российских реакторов

Качество плутония	Pu-238, %	Pu-239, %	Pu-240, %	Pu-241, %	Pu-242, %
ОЯТ ВВЭР	3	55	24	12	6
ОЯТ РБМК	3	35,5	34,5	12	15
ОЯТ БН	1,5	63	24	5,5	6
Pu высокого качества	0,5	95	4	0,4	0,1

ПРЕДЛАГАЕМЫЙ ПОДХОД К ИСПОЛЬЗОВАНИЮ ПЛУТОНИЯ ИЗ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

В последние 20 лет в некоторых европейских странах и Японии реализуется концепция перехода тепловых реакторов на смешанное уран-плутониевое топливо. Использование плутония в реакторах на тепловых нейтронах реализовано на практике только в варианте однократного рецикла плутония. В наибольшей степени в этом направлении продвинулась Франция. Однако французские тепловые реакторы загружаются МОКС-топливом только на треть объема активной зоны. В России быстрый ядерный реактор БН-800 перешел к полной загрузке активной зоны МОКС-топливом и уже более года как отработал в таком режиме, доказав надежность и безопасность технологии БН в режиме эксплуатации плутониевого топлива [12].

В случае однократного вовлечения плутония в топливный цикл тепловых реакторов происходит выжигание только части плутония с обременением невыгоревшим плутонием, качество которого ухудшается. Дальнейшее использование такого плутония без подпитки дополнительным делящимся материалом или плутонием более высокого качества становится затруднительным.

Многократный рецикл плутония с выходом топлива на стационарный уровень путем подпитки свежим плутонием из ОЯТ представляет интересную и практически важную задачу для исследования. В настоящей работе проводится расчетный анализ возможности замыкания ЯТЦ по плутонию посредством многократного рецикла с помощью модели реактора на тепловых нейтронах типа ВВЭР-1200 с частичной загрузкой активной зоны МОКС-топливом, составляющей 1/3 ТВС активной зоны.

В качестве расчетной модели была выбрана активная зона реактора ВВЭР-1200 с четырехкратными перегрузками. Продолжительность каждой микрокампании между перегрузками составляла 300 эффективных суток. Расчет выгорания проводился при постоянной равновесной концентрации борной кислоты в теплоносителе, составляющей 4 г/кг. Многократный рецикл плутония осуществлялся по следующему алгоритму. На первой итерации в реактор загружались свежие ТВС с УОКС- и МОКС-топливом с плутонием ОЯТ реакторов ВВЭР, ОЯТ РБМК, ОЯТ БН или Pu высокого качества. Доля содержания плутония в МОКС-топливе подбиралась исходя из требуемого запаса реактивности на реакторную микрокампанию, с неизменным обогащением ТВС подпитки с УОКС-топли-

вом, составляющей 4,55% [13–16]. При этом после первой микрокампании выгружалась четверть ТВС из активной зоны, оставшиеся ТВС переставлялись внутри активной зоны, а вместо выгруженной четверти загружались свежие ТВС с соответствующим УОКС- и МОКС-топливом. В конце каждой из четырех микрокампаний запас реактивности был равен типичному значению для данного серийного типа теплового реактора, т.е. приближался к нулю. После четырех таких микрокампаний (1200 эффективных суток) предполагалось, что отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) МОКС-топлива очищаются от осколков деления и минорных актинидов при времени выдержки четыре года плюс один год на транспортировку, переработку и фабрикацию нового топлива. Оставшийся невыгоревший плутоний ОТВС МОКС-топлива более плохого качества выделялся и смешивался с плутонием соответствующего типа из запасов ОЯТ и возвращался в реактор; доля подпитки свежим плутонием подбиралась исходя из требуемого запаса реактивности на кампанию. Плутоний, нарабатываемый ТВС с УОКС-топливом, в рецикле не участвовал. Далее снова проводились четыре микрокампании с последующей очисткой, выделением плутония и подпиткой. Основные параметры расчетной модели представлены в табл. 3.

Расчет проводился по аттестованному трехмерному коду WIMS-D5, в основе которого лежат вероятность первых столкновений и S-n-методы, с использованием констант ENDF/B-VIII.0.

Выход топлива загрузки на стационарный уровень позволит уменьшить требуемое количество топлива подпитки, а также исключить накопление вторичного плутония более худшего качества. Стационарный уровень и доля требуемой подпитки определяются качеством начального плутония на первой итерации, а также качеством (типом) плутония,

Таблица 3

Параметры расчетной модели ВВЭР-1200

Параметр	Значение
Тепловая мощность, МВт	3200
Электрическая мощность, МВт	1200
Тип топлива	1/3 МОКС, 2/3 УОКС
Количество ТВС в активной зоне, шт.	163
Количество УОКС-ТВС в активной зоне, шт.	110
Количество МОКС-ТВС в активной зоне, шт.	53
Кратность перегрузок	4
Ежегодное количество подгружаемых (выгружаемых) ТВС, шт.	40–41
Ежегодное количество подгружаемых (выгружаемых) ТВС МОКС, шт.	13–14
Ежегодное количество подгружаемых (выгружаемых) ТВС УОКС, шт.	27
Содержание U-235 в УОКС-топливе подпитки, %	4,55
Длительность топливной кампании, эфф. сут	1200
Длительность реакторной микрокампании, эфф. сут	300
Общая масса топлива, кг т.а.	76600
Необходимая начальная подпитка Pu, кг	650
Необходимая начальная подпитка U-235, кг	575
Общая масса ежегодного топлива подпитки, кг т.а.	18750
Среднее выгорание по зоне, МВт*сут/(кг т.а.)	51,2

которым происходит подпитка. Обогащение ТВС с УОКС-топливом по U-235 принималось неизменным, равным 4,55%. Ниже представлены результаты расчета стартовой загрузки плутония разного качества в реакторе типа ВВЭР-1200.

Таблица 4

Доля и масса начальной загрузки урана и плутония для каждого из видов плутония

Параметры	Вид плутония			
	ОЯТ ВВЭР	ОЯТ РБМК	ОЯТ БН	Pu высокого качества
Доля начальной загрузки Pu, %	10,7	22,6	11,6	4,7
Масса начальной загрузки Pu, кг/год	675	1450	730	300
Доля начальной загрузки U-235, %	4,55			
Масса начальной загрузки U-235, кг/год	575			

Как видно из представленных данных, наименьшая доля плутония в топливе требуется при использовании плутония высокого качества, который практически на 95% состоит из делящегося изотопа Pu-239. Наибольшая требуемая доля плутония в топливе соответствует плутонию качества ОЯТ РБМК, качество которого наихудшее. В плутонии ОЯТ РБМК плутониевый вектор сильно обеднен нечетными изотопами при относительно высокой доле содержания четных изотопов, в частности, Pu-240, являющегося сильным поглотителем.

МОДЕЛИРОВАНИЕ МНОГОКРАТНОГО РЕЦИКЛА ПЛУТОНИЯ С ВЫХОДОМ КОЛИЧЕСТВА ТОПЛИВА ПОДПИТКИ НА СТАЦИОНАРНЫЙ УРОВЕНЬ

Проводилось моделирование выхода топлива на стационарный уровень с плутонием подпитки разного качества. На рисунках 1, 3, 5, 7 представлена динамика изменения концентрации изотопов плутония Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 и Pu-242 в течение замкнутого топливного цикла для разных типов плутония из ОЯТ. После каждой топливной кампании проводится подпитка плутонием из ОЯТ соответствующего типа ОТВС с МОКС-топливом, что объясняет скачкообразное поведение концентрации плутония. По нуклидной динамике (см. рис. 1, 3, 5, 7) видно, что после выхода топлива загрузки на стационарный уровень доля подпитки равна доле выгоревшего топлива за время топливной кампании.

На рисунках 2, 4, 6, 8 представлены доли общего плутония в МОКС-топливе и плутония подпитки для разных типов плутония из ОЯТ для ТВС с МОКС-топливом. Как видно из полученных результатов, с каждой новой кампанией доля плутония подпитки соответствующего типа из запасов ОЯТ уменьшается с ростом номера рецикла, стремясь к своему стационарному состоянию. В конечном итоге после семи – девяти топливных кампаний в зависимости от типа плутония подпитки происходил выход топлива на стационарный уровень, т.е. доля плутония в ТВС с МОКС-топливом достигала своего асимптотического значения, плутоний выходит в равновесную концентрацию, а доля выгоревшего плутония за топливную кампанию равняется плутонию подпитки. Общая доля плутония, напротив, увеличивается до своего асимптотического значения, обусловленного стационарным равновесным уровнем. Так после первого рецикла с плутонием подпитки

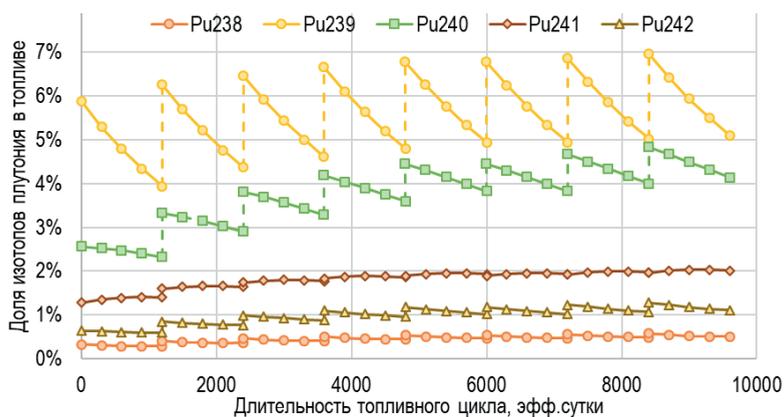


Рис. 1. Нуклидная динамика плутония в течение топливного цикла с подпиткой плутония из уранового ОЯТ ВВЭР

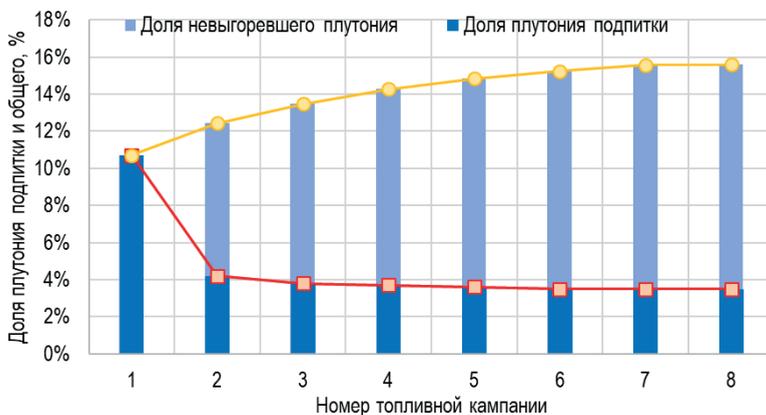


Рис. 2. Доля плутония подпитки и доля невыгоревшего плутония в топливе в зависимости от номера топливной кампании по мере выхода топлива загрузки на стационарный уровень с подпиткой плутония из уранового ОЯТ ВВЭР

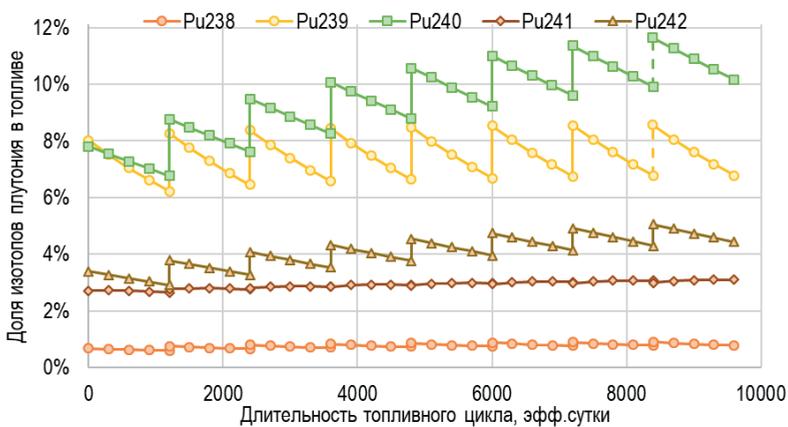


Рис. 3. Нуклидная динамика плутония в течение топливного цикла с подпиткой плутония из ОЯТ РБМК

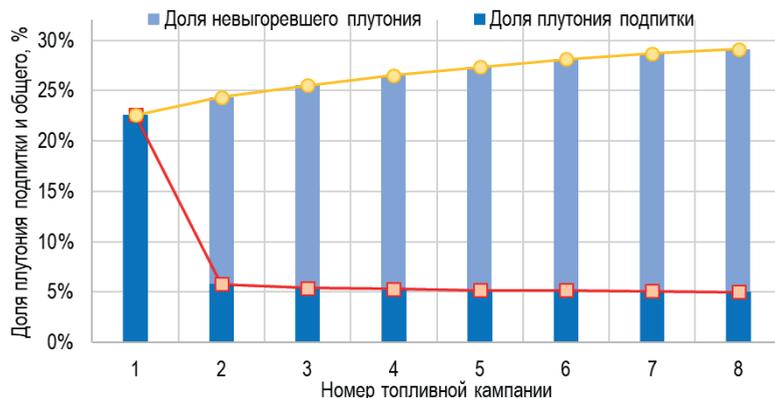


Рис. 4. Доля плутония подпитки и доля негоревшего плутония в топливе в зависимости от номера топливной кампании по мере выхода топлива загрузки на стационарный уровень с подпиткой плутония из ОЯТ РБМК

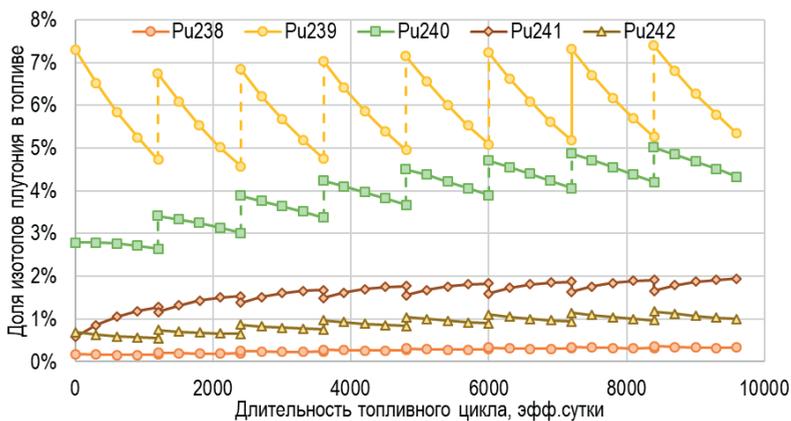


Рис. 5. Нуклидная динамика плутония в течение топливного цикла с подпиткой плутония из ОЯТ активной зоны БН

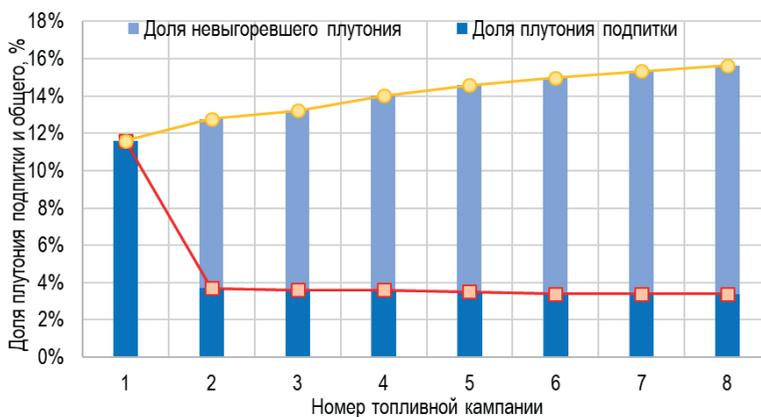


Рис. 6. Доля плутония подпитки и доля негоревшего плутония в топливе в зависимости от номера топливной кампании по мере выхода топлива загрузки на стационарный уровень с подпиткой плутония ОЯТ активной зоны БН

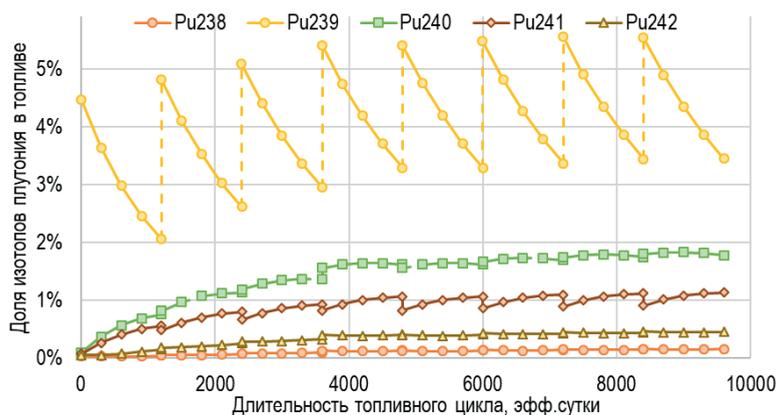


Рис. 7. Нуклидная динамика плутония в течение топливного цикла с подпиткой Pu высокого качества

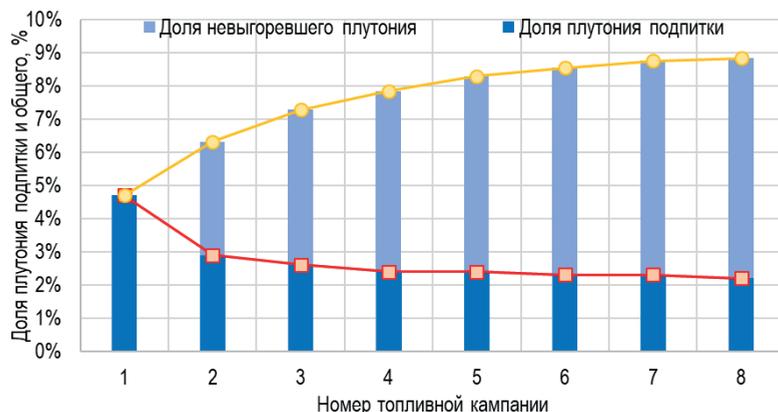


Рис. 8. Доля плутония подпитки и доля невыгоревшего плутония в топливе в зависимости от номера топливной кампании по мере выхода топлива загрузки на стационарный уровень с подпиткой Pu высокого качества

качества ОЯТ ВВЭР требуемая ежегодная подпитка плутонием уменьшается примерно в 2,5 раза, а после выхода топлива загрузки на стационарный уровень требуемая ежегодная подпитка плутонием уменьшается примерно в 3,5 раза.

Результаты моделирования и основные параметры и характеристики топливного цикла реактора ВВЭР-1200 с загрузкой 1/3 активной зоны МОКС-топливом на основе плутония из различных источников представлены в табл. 5, 6.

На основании полученных данных был определен потенциал вовлечения плутония в замкнутый топливный цикл реактора ВВЭР-1200. Как видно из представленных в табл. 5, 7 данных, накопленные к настоящему времени запасы плутония каждого вида, качество плутония каждого вида, доля плутония подпитки после выхода топлива загрузки на стационарный уровень для каждого из вида формируют потенциал вовлечения плутония, его скорость и темпы выжигания, а также эффект по экономии урана до полного выжигания всех запасов плутония из ОЯТ.

Таблица 5

Основные характеристики топливного цикла до и после выхода топлива загрузки на стационарный уровень для разных типов топлива подпитки из ОЯТ

Параметры	Вид плутония			
	ОЯТ ВВЭР	ОЯТ РБМК	ОЯТ БН	Pu высокого качества
Начальная загрузка Pu МОКС-топлива, %	10,7	22,6	11,6	4,7
Масса начальной загрузки Pu МОКС-топлива, кг/год	675	1450	730	300
Доля Pu подпитки после выхода в стационар, %	3,5	5	3,4	2,2
Масса подпитки Pu после выхода в стационар, кг/год	220	315	215	140
Общая доля Pu в МОКС-топливе подпитки после выхода в стационар, %	15,6	29,1	15,6	8,8
Общая масса Pu в МОКС-топливе подпитки после выхода в стационар, кг	985	1840	985	555
Общая доля Pu в УОКС-топливе на конец кампании, %	1,3			
Общая масса выгружаемого Pu УОКС-топлива на конец кампании, кг/год	165			
Баланс плутония, используемого в ТВС с МОКС-топливом, и собственного плутония ТВС с УОКС-топливом, кг/год	-55	-150	-50	+25
Общая доля U-235 в УОКС-топливе подпитки до (после) выхода в стационар, %	4,55			
Общая масса U-235 в УОКС-топливе подпитки до (после) выхода в стационар, кг	575			
Экономия U-235 при загрузке 1/3 активной зоны МОКС-топливом, кг/год	290			
Запасы плутония, т	140	110	15	40
Потенциал использования плутония, реактор-лет	635	350	70	285

Таблица 6

Температурный и плотностной эффекты реактивности УОКС-топлива и рассматриваемых видов МОКС-топлива

Параметры	Вид топлива				
	УОКС	МОКС ОЯТ ВВЭР	МОКС ОЯТ РБМК	МОКС ОЯТ БН	МОКС Pu высокого качества
Доплер-эффект, $\Delta K/K \text{ } ^\circ\text{C}^{-1} 10^{-5}$	-1,8	-2,5	-2,5	-2,6	-2,1
Температурный эффект по замедлителю, $\Delta K/K \text{ } ^\circ\text{C}^{-1} 10^{-6}$	-9,2	-16,6	-9,9	-18,7	-23,2
Плотностной эффект по замедлителю, $\Delta K/K \text{ г}^{-1}/\text{см}^3 10^{-3}$	-1,6	-1,9	-0,4	-2,1	-1,9

Изотопный состав плутония после выхода топлива загрузки на стационарный уровень

После выхода топлива загрузки на стационарный уровень					
	Pu-238, %	Pu-239, %	Pu-240, %	Pu-241, %	Pu-242, %
ОЯТ ВВЭР	3,7	44,6	31	12,6	8,2
ОЯТ РБМК	3,1	29,4	39,9	10,3	17,3
ОЯТ БН	2,3	47,4	32,1	10,6	7,5
Pu высокого качества	1,8	62,6	20,2	10,3	5,2
УОКС-топливо	–	–	–	–	–
После выхода топлива загрузки на стационарный уровень на конец кампании (без выдержки)					
	Pu-238, %	Pu-239, %	Pu-240, %	Pu-241, %	Pu-242, %
ОЯТ ВВЭР	3,9	39,7	32,2	15,6	8,6
ОЯТ РБМК	3,1	26,9	40,2	12,2	17,5
ОЯТ БН	2,6	41,3	33,4	15	7,7
Pu высокого качества	2,3	49,5	25,5	16,3	6,4
УОКС-топливо	2,8	56,2	19,5	15,6	5,9

Помимо перевода реакторов типа ВВЭР-1200 на 1/3 загрузки МОКС-топливом с целью дожигания плутония из запасов ОЯТ возможна реализация замкнутого цикла по дожиганию собственного плутония, нарабатываемого в реакторах ВВЭР-1200 на урановом топливе.

Другим вариантом замыкания топливного цикла при эксплуатации реакторов ВВЭР является использование РЕМИКС-топлива, где в качестве топливной композиции используется смесь регенерированного урана и плутония. В перспективе технология РЕМИКС способна замкнуть топливный цикл в тепловых реакторах и обеспечить экономию урана за счет уменьшения доли подпитки U-235 [17, 18]. Развитие ядерной энергетики покажет, какое место займут эти технологии при реализации замкнутого ЯТЦ.

НАКОПЛЕНИЕ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ

Важным аспектом, требующим отдельного рассмотрения, является оценка увеличения накопления минорных актинидов при переходе на частичную загрузку МОКС-топливом. Большую часть минорных актинидов составляет америций [19, 20]. Основные каналы образования америция – это непосредственная наработка в реакторе в течение кампании и образование америция при распаде Pu-241 при хранении в ОЯТ. Так при хранении плутония разного типа в ОЯТ за время, составляющее пару периодов полураспада Pu-241, доля америция в ОЯТ увеличивается в два – три раза. Таким образом, долговременная выдержка и хранение плутония ОЯТ приводят к его «старению» и образованию америция.

Организация замкнутого топливного цикла с вовлечением плутония из ОЯТ обратно в топливный цикл способна частично решить проблему накопления америция, образующегося при хранении плутония в ОЯТ, так как доля накопившегося Am-241 уменьшается. Однако в настоящее время существуют ограничения по скорости возврата в топливный цикл.

Одновременно с этим из-за роста концентрации плутония в топливе по мере выхода топлива загрузки на стационарный уровень увеличивается образование америция, нарабатываемого непосредственно во время кампании. Таким образом, общая доля нарабаты-

ваемого америция увеличивается по сравнению со стандартным вариантом. Но качество нарабатываемого америция отличается от качества америция в ОЯТ при многолетней выдержке. Главным образом это приводит к различному содержанию в нем Am-241, Am-243. Данные по темпам накопления америция после вывода топлива на стационарный уровень представлены в табл. 8.

Таблица 8

Выгрузка америция после выхода топлива загрузки на стационарный уровень

Вид плутония	Америциевый вектор			Доля америция в топливе, %	Масса ежегодно выгружаемого америция, кг/год
	Am-241, %	Am-242m, %	Am-243, %		
ОЯТ ВВЭР	36	1,1	62,9	0,56	35
ОЯТ РБМК	33,5	0,87	65,7	1,07	68
ОЯТ БН	35,6	1,1	63,3	0,53	33
Ри высокого качества	33,1	1,1	65,8	0,27	17
УОКС (стандартное) в открытом цикле	25,2	0,6	74,2	0,03	4

Как видно из представленных результатов, чем хуже качество плутония, тем выше его доля в топливе после вывода системы на стационар и, как следствие, тем выше доля америция, выгружаемого ежегодно.

Из-за увеличения доли америция в топливе также возрастает наработка кюрия при трансмутации америция. Ежегодная выгрузка кюрия и его качество представлены в табл. 9.

Суммарная ежегодная наработка минорных актинидов в зависимости от вида используемого плутония подпитки представлена в табл. 10.

Таким образом, прослеживается следующая закономерность – чем хуже качество плутония, тем выше его общая доля и доля подпитки и, как следствие, больше наработка минорных актинидов.

Таблица 9

Выгрузка кюрия после выхода топлива загрузки на стационарный уровень

Вид плутония	Кюриевый вектор					Доля кюрия в топливе, %	Масса ежегодно выгружаемого кюрия, кг
	Cm-242, %	Cm-243, %	Cm-244, %	Cm-245, %	Cm-246, %		
ОЯТ ВВЭР	10,9	0,5	77,9	10,4	0,3	0,22	14
ОЯТ РБМК	9,8	0,4	80	9,5	0,2	0,28	18
ОЯТ БН	10,4	0,5	78,2	10,5	0,4	0,21	13
Ри высокого качества	10,4	0,5	77,5	11,1	0,5	0,16	10
УОКС (стандартное)	20,4	0,7	73,1	5,3	0,4	0,01	1

Но в случае с УОКС-топливом в открытом цикле не все так однозначно. После выгрузки плутоний-америциевого ОЯТ на хранение по мере его выдержки и хранения происходит старение плутония, таким образом, с учетом ежегодно выгружаемого плутония и доли

Суммарная выгрузка минорных актинидов (МА) после выхода топлива загрузки на стационарный уровень

Вид плутония	Масса ежегодно выгружаемого америция, кг	Масса ежегодно выгружаемого кюрия, кг	Суммарная масса ежегодно выгружаемых МА, кг
ОЯТ ВВЭР	35	14	49
ОЯТ РБМК	68	18	86
ОЯТ БН	33	13	46
Ри высокого качества	17	10	27
УОКС (стандартное)	4	1	5

Ри-241 в плутониевом векторе ОЯТ УОКС-топлива ВВЭР масса америция возрастет примерно на 33 кг по прошествии нескольких периодов полураспада.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрены характеристики смешанного уран-плутониевого топлива в варианте частичной загрузки активной зоны реактора типа ВВЭР-1200 с УОКС- и МОКС-топливом с многократным рециклом плутония. Определена стартовая загрузка для каждого из видов подгружаемого плутония, а также доля плутония подпитки после вывода системы на стационарный уровень. Оценена эффективность плутония из ОЯТ разных источников и на этой основе выбраны наиболее подходящие варианты для стартовой загрузки и подпитки ВВЭР-1200 с частичной загрузкой МОКС-топливом. На основании полученных данных были сделаны оценки скорости и эффективности выжигания плутония из запасов ОЯТ, а также оценка экономии природного урана.

Дополнительно в работе были проведены оценки увеличения накопления минорных актинидов – америция и кюрия – при реализации варианта дожигания накапливаемого плутония в замкнутом цикле теплового реактора. Представлены скорости их накопления, а также качество нарабатываемых америция и кюрия. Для минимизации накопления америция и замыкания топливного цикла по данному изотопу следующим этапом может стать расчет плутоний-америциевого МОКС-топлива с многократным рециклом не только плутония, но и америция с выводом его на стационарный уровень.

Благодарность

Авторы статьи выражают благодарность ИАТЭ НИЯУ МИФИ и АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» за возможность выполнения исследований в совместной научно-исследовательской лаборатории «Математическое моделирование теплофизических и нейтронно-физических процессов».

Литература

1. Першуков В.А., Тихомиров Г.В. Замкнутый ядерный топливный цикл. // Энергетический вестник. – 2023. – №. 28. – С. 88–95. Электронный ресурс: <https://cyberleninka.ru/article/n/zamknutyuy-yadernyyu-toplivnyuy-tsikl?ysclid=luv8lwik7e557306917> (дата доступа 12.11.2023).
2. Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле //Под ред. Н.Н.

Пономарева-Степного. – М.: Техносфера, 2016. –160 с. Электронный ресурс: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016/p0/ (дата доступа 13.11.2023).

3. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI в. Иллюстрация основных положений. – М.: ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ», 2001. – 65 с. Электронный ресурс: https://elib.biblioatom.ru/text/strategiya-atomnoy-energetiki-21-veka_2001/p0a/ (дата доступа 13.11.2023).

4. Дынкин А.А., Арбатов А.Г., Барановский В.А. Ежегодник СИПРИ 2018. Вооружения, разоружения и военная безопасность. – М.: ИМЭМО РАН, 2019. – 752 с. DOI: <https://doi.org/10.20542/978-5-9535-0557-4>

5. Андрианов А.А., Коробейников В.В., Поплавская Е.В., Рачкова Е.Н., Федорова Е.В. Оптимизационные исследования структуры ядерной энергетики России с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах с использованием пакета MESSAGE. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2010. – №. 2. – С. 156–164. Электронный ресурс: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2010/02.pdf> (дата доступа 15.11.2023).

6. Федоров Ю.С., Бибичев Б.А., Зильберман Б.Я., Кудрявцев Е.Г. Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах. // Атомная энергия. – 2005. – Т. 99. – Вып. 2. – С. 136–141. Электронный ресурс: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2440> (дата доступа 19.11.2023).

7. Тузов А.А., Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Мосеев А.Л., Симоненко В.А. К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики России. // Атомная энергия. – 2022. – Т. 133. – Вып. 2. – С. 71–76. Электронный ресурс: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5219> (дата доступа 21.11.2023).

8. Пономарев-Степной Н.Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР. // Атомная энергия. – 2016. – Т. 120. – Вып. 4. – С. 183–191. Электронный ресурс: https://www.elibrary.ru/title_about_new.asp?id=7671 (дата доступа 21.11.2023).

9. На Атомэкспо про сырьевое обеспечение ЯТЦ. // АТОМИНФО.RU – электронное периодическое издание. 05.12.2022. Электронный ресурс: <http://www.atominfo.ru/news05/a0788.htm> (дата доступа 21.11.2023).

10. Белов С.Б., Володин Д.А., Гроль А.В. и др. Влияние быстрого реактора на параметры материальных балансов легководного теплового реактора в контексте продуктового направления «Сбалансированный ядерный топливный цикл». // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2022. – № 3. – С. 83–92. Электронный ресурс: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2022/issue2022-3-83-92.pdf> (дата доступа 21.11.2023).

11. Алимов Ю.В., Галева Н.М., Давыдов В.К., Жирнов А.П., Кузнецов П.Б., Рождественский И.М., Рождественский М.И. Перевод реакторов РБМК-1000 на регенерированное топливо с повышенным содержанием четных изотопов урана. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – №. 3. – С. 63–67. — DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2020-3-63-67>

12. Реактор БН-800 полностью перешел на МОКС-топливо. // Страна Росатом. электронное периодическое издание. 09.09.2022. Электронный ресурс: <https://strana-rosatom.ru/2022/09/09/reaktor-bn-800-polnostju-pereshel-na-moks/> (дата доступа 22.11.2023).

13. Польшикова О.В. Топливо будущего: МОКС- и РЕМИКС-топливо. / Труды Международной научно-технической конф. молодых ученых БГТУ им. В.Г. Шухова, посвященная 300-летию Российской академии наук. – Белгород, 2022. – С. 266–269. Электронный ресурс: <https://elibrary.ru/item.asp?id=49247309> (дата доступа 23.11.2023).

14. Казанян В.Т., Мальхин А.П., Войтецкая Е.Ф., Днепровская Н.М., Рубин И.Е., Тетерева Н.А. Предварительный анализ возможности применения РЕМИКС-топлива в реакторах ВВЭР-1200 Белорусской АЭС. // Известия Национальной академии наук Беларуси. Серия физико-технических наук. – 2022. – Т. 67. – № 1. С. 57–64. DOI: <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2022-67-1-57-64>

15. Павловичев А. М., Павлов В.И., Семченков Ю.М., Кудрявцев Е.Г., Федоров Ю.С., Бибичев Б.А., Зильберман Б.Я. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из смеси регенерированного урана, плутония и обогащенного урана. // Атомная энергия. – 2008. – Т. 104. – Вып. 4. – С. 195–198. – Электронный ресурс: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1772/1752> (дата доступа 23.11.2023).

16. Павловичев А. М., Павлов В.И., Семченков Ю.М., Кудрявцев Е.Г., Федоров Ю.С., Бибичев Б.А. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из регенерированного урана и плутония. // Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – Вып. 6. – С. 407–413. Электронный ресурс: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1941> (дата доступа 23.11.2023).

17. Алексеев П.Н., Бобров Е.А., Чибиняев А.В., Теплов П.С., Дудников А.А. Многократный рецикл РЕМИКС-топлива при работе ВВЭР-1000 в замкнутом топливном цикле. // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2014. – № 4. – С. 115–126. Электронный ресурс: <https://elibrary.ru/thggmj?ysclid=ft2r0grueu442505335> (дата доступа 23.11.2023).

18. Декусар В.М., Каграманян В.С., Калашников А.Г., Капранова Э.Н., Коробицын В.Е., Пузаков А.Ю. Анализ характеристик ремикс-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 4. – С. 109–117. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2013.4.14>

19. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. – М.: НИКИЭТ, 1999. – 273 с.

20. Коробейников В.В., Колесов В.В., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М. Исследования возможности выжигания и трансмутации Am-241 в реакторе с америциевым топливом. Препринт ФЭИ-3284. – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2018. – 14 с. Электронный ресурс: https://www.ippe.ru/images/publications/preprints/2018/3284_korob.pdf (дата доступа 23.11.2023).

Поступила в редакцию 22.02.2024

Авторы

Исанов Кирилл Алексеевич, студент, инженер-исследователь,

E-mail: isanov_kirill@mail.ru

Колесов Валерий Васильевич, доцент, к.т.н.,

E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник, профессор, д.ф.-м.н.,

E-mail: vvkorobeunikov@ippe.ru

Усанов Владимир Иванович, главный научный сотрудник, д.т.н.,

E-mail: vouss@ippe.ru

Хныкина Екатерина Сергеевна, инженер-исследователь,

E-mail: eskhnykina@ippe.ru

UDC 621.039.59

Computational Analysis of the Closed Fuel Cycle of a VVER-1200 Reactor Based on Plutonium From Spent Nuclear Fuel

Isanov K.A.^{1,2}, Kolesov V.V.¹, Korobeynikov V.V.², Usanov V.I.², Khnykina E.S.²

¹IATE MEPhI,

1 Studgorodok, 249039 Obninsk, Kaluga reg., Russia

²IPPE JSC,

1 Bondarenko Sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

Abstract

The article provides a computational analysis of the closure of the nuclear fuel cycle for plutonium in the variant of fully loading the core of a VVER-1200 reactor with MOX fuel, ensuring multiple recycling of plutonium. The main factors shaping the need to involve plutonium in the fuel cycle and close the fuel cycle are identified and analyzed. To form the fuel composition, several sources of plutonium were considered, namely: low-background plutonium and plutonium from spent fuel from VVER, BN and RBMK reactors. Reserves of energy-grade plutonium of various origins, including high-quality plutonium, have been found in open published sources. During the work, the quality of each type of plutonium and their value in the thermal spectrum of the reactor were taken into account. The starting load for each type of loaded plutonium, the share of make-up plutonium after the system is brought to a stationary level, as well as the disadvantages and advantages of each of the types of plutonium under consideration are determined. Strategies for single, double and multiple involvement of plutonium are considered. Based on the data obtained, estimates were made of the rate of burning plutonium from spent fuel stocks, as well as an assessment of the savings of natural uranium. Based on an assessment of the efficiency of plutonium from spent nuclear fuel from different sources, the most suitable options for the initial loading and replenishment of VVER-1200 with MOX fuel were selected. The calculated plutonium content in MOX fuel of a VVER-1200 reactor with multiple recycling of plutonium from spent fuel from VVER and BN, selected close to the level used in practice in light water reactors with one third of the load with such fuel, indicates the fundamental possibility of closing the nuclear fuel cycle thermal plutonium reactor.

Additionally, the work assessed the increase in the accumulation of minor actinides - americium and curium when implementing the option of afterburning the accumulated plutonium in a closed cycle of a thermal reactor. The rates of their accumulation, as well as the quality of the produced americium and curium, are presented.

Keywords: fuel cycles, closed nuclear fuel cycle, MOX-fuel, spent fuel, stationary fuel cycle.

For citation: Isanov K.A., Kolesov V.V., Korobeynikov V.V., Usanov V.I., Khnykina E.S. Computational Analysis of the Closed Fuel Cycle of a VVER-1200 Reactor Based on Plutonium From Spent Nuclear Fuel. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024, no. 2, pp. 185–201; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.15> (in Russian).

References

1. Pershukov V.A., Tikhomirov G.V. Closed nuclear fuel cycle. *Energeticheskiy vestnik*. 2023, vol. 28, pp. 88–95. Available at: <https://cyberleninka.ru/article/n/zamknuty-yadernyy-toplivnyy-tsikl?ysclid=luv8lwik7e557306917> (accessed: Nov. 12, 2023) (in Russian).

2. Alekseev P.N., Alekseev C.V., Andrianova E.A. *Two-component nuclear power system with thermal and fast reactors in the closed nuclear fuel cycle. (Ed. by the acad. of RAS Ponomarev-Stepnoy N.N.)* Moscow. Tekhnosfera Publ., 2016, 160 p. Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-sistema_2016/p0/ (accessed: Nov. 13, 2023) (in Russian).

3. *Strategy for the development of nuclear energy in Russia in the first half of 21st century. Illustration of the main points.* Moscow. FGUP «TSNIIATOMINFORM, 2001. 65 p. Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/strategiya-atomnoy-energetiki-21-veka_2001/p0a/ (accessed: Nov. 13, 2023) (in Russian).

4. Dynkin A.A., Gorbato A.G., Baranovsky V.A. *SISPI yearbook 2018. Weapons disarmament and military security.* Moscow, IMEMO RAN, 2019, 752 p. DOI: <https://doi.org/10.20542/978-5-9535-0557-4> (in Russian).

5. Andrianov A.A., Korobeinikov V.V., Poplavskaya E.V., Rachkova E. N., Fedorova E.V. Optimization studies of the Russian nuclear power structure with thermal and fast neutron reactors using the MESSAGE. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2010, no. 2, pp. 156–164. Available at: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2010/02.pdf> (accessed: Nov. 15, 2023) (in Russian).

6. Fedorov Yu.S., Bibichev B.A., Zilberman B.Ya., Kudryavtsev E. G. Use of regenerated uranium and plutonium in thermal reactors. *Atomic Energy.* 2005, vol. 99, no. 2, pp. 572–576. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-005-0248-9> (in Russian).

7. Tuzov A.A., Troyanov V.M., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Moseev A.L. Simonenko V.A. On the issue of the initial stage of closing the nuclear fuel cycle of two-component nuclear power in Russia. *Atomic Energy.* 2022, v. 133, no. 2, pp. 72–78. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-023-00975-8> (in Russian).

8. Ponomarev-Stepnoi N.N. Two-Component Nuclear Power System with a Closed Nuclear Fuel Cycle Based on BN and VVER Reactors. *Atomic Energy.* 2016, vol. 120, no. 4, pp. 233–239. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-016-0123-x> (in Russian).

9. At Atomexpo about the raw material supply of the nuclear fuel cycle. ATOMINFO.RU, Dec.5, 2022. Available at: <http://www.atominfo.ru/newsz05/a0788.htm> (accessed: Nov. 21, 2023) (in Russian).

10. Belov S.B., Volodin D.A., Grol A.V., Kotov Ya.A., Kurakin K.Yu., Marova E.V., Nevinitza V.A., Pavlovichev A.M., Pidoprigora E.V., Smirnov A.Yu., Pharakshin M.R., Fomichenko P.A., Sherenko A.I., Gulevich A.V., Decusar V.M., Eliseev V.A., Klinov D.A. The influence of the fast reactor on the parameters of the material balances of the light-water thermal reactor in the context of the product line «balanced nuclear fuel cycle». *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants.* 2022, no. 3, pp. 83–92. Available at: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2022/issue2022-3-83-92.pdf> (accessed: Nov. 21, 2023) (in Russian).

11. Alimov Yu.V., Galeeva N.M., Davydov V.K., Zhirnov A.P., Kuznetsov P.B. Rozhdestvensky I.M., Rozhdestvensky M.I. Conversion of the RBMK-1000 reactors to regenerated fuel with an increased content of even uranium isotopes. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants.* 2020, no. 3, pp. 63–67. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2020-3-63-67> (in Russian).

12. *The BN-800 reactor completely switched to MOX fuel.* Available at: <https://strana-rosatom.ru/2022/09/09/reaktor-bn-800-polnostju-pereshel-na-moks/> (accessed Nov. 22, 2023) (in Russian).

13. Polshikova O.V. Fuel of the future: MOX and REMIX fuel. *Proc. of «Mezhdunarodnaya nauchno-tekhnicheskaya konferentsiya molodykh uchenykh BGTU im. V.G. Shukhova, posv. 300-letiyu RAS».* 2022, pp. 266–269. Available at: <https://elibrary.ru/item.asp?id=49247309> (accessed Nov. 23, 2023) (in Russian).

14. Kazazyan V.T., Malykhin A.P., Vaitsetskaia E.F., Dneprovskaya N.M., Rubin I.E., Teterova N.A. Preliminary analysis of the possibility of using REMIX fuel in VVER-1200 reactors of the Belarusian NPP. *Proceedings of the National Academy of Sciences of Belarus. Physical-technical series.* 2022, vol. 67, no. 1, pp. 57–64. DOI: <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2022-67-1-57-64> (in Russian).

15. Pavlovichev A.M., Pavlov V.I., Semchenkov Y.M., Kudryavtsev E.G., Fedorov Y.S., Bibichev B.A., Zil'berman B.Y. Neutron-physical characteristics of a VVER-1000 core with 100% fuel load consisting of

a mixture of recovered uranium and plutonium and enriched uranium. *Atomic Energy*. 2008, vol. 104, iss. 4, pp. 257–261. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-008-9025-x>

16. Pavlovichev A.M., Pavlov V.I., Semchenkov Y.M., Kudryavtsev E.G., Fedorov Y.S., Bibichev B.A. Neutron-physical characteristics of a VVER core with 100% load of reprocessed uranium and plutonium fuel. *Atomic Energy*. 2006, vol. 101, iss. 6, pp. 863–868. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-006-0182-5>

17. Alekseev P.N., Bobrov E.A., Chibinyaev A.V., Teplov P.S., Dudnikov A.A. Multiple recycle of the REMIX fuel at work the VVER-1000 operation in the closed fuel cycle. *Problems of Atomic Science and Engineering. Series: Physics of Nuclear Reactors*. 2014, no. 4, pp. 115-126. Available at: <https://elibrary.ru/thggmj?ysclid=lt2r0gpueu442505335> (accessed Nov. 23, 2023) (in Russian).

18. Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Korobitsyn V.E., Puzakov A.Y. The comparison analyses of VVER REMIX-fuel characteristics when multiple recycling were made. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 4, pp. 109–117. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2013.4.14> (in Russian).

19. Adamov E.O., Ganev I.Kh., Lopatkin A.V., Muratov V.G., Orlov V.V. *Transmutation fuel cycle in Russia's large-scale nuclear power industry*. Moscow. NIKIET Publ., 1999, 273 p. (in Russian).

20. Korobeynikov V.V., Kolesov V.V., Karazhelevskaya Yu.E., Terekhova A.M. Research on the possibility of burning and transmutation of Am-241 in a reactor with americium fuel. Scope statement: Preprint IPPE-3284. Obninsk, IPPE JSC Publ., 2018, 14 p. Available at: https://www.ippe.ru/images/publications/preprints/2018/3284_korob.pdf (accessed Nov. 23, 2023) (in Russian).

Authors

Kirill A. Isanov, Student, Engineer-Researcher,

E-mail: isanov_kirill@mail.ru

Valery V. Kolesov, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Valery V. Korobeynikov, Principal Researcher, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: vvkorobeynikov@ippe.ru

Vladimir I. Usanov, Principal Researcher, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: vouss@ippe.ru

Ekaterina S. Khnykina, Engineer-Researcher,

E-mail: eskhnykina@ippe.ru